

핵연료 압력관의 건전성 평가시스템 개발

Development of CANDU Pressure Tube Integrity Evaluation System

곽상득, 김영진
성균관대학교

이준성
경기대학교

박문원
한국원자력안전기술원

요약

CANDU형 원자로의 주요 기기인 핵연료 압력관은 가동중 검사시 결함이 검출되면, 지속적인 사용을 위해서 결함의 건전성을 확보하여야 하나, 그 평가절차가 매우 복잡하다. 본 연구에서는 결함 또는 칼란드리아 관과의 접촉이 발견된 압력관의 건전성평가를 신속하고 정확하게 수행할 수 있는 건전성평가 시스템을 개발하였다. 이를 위해 평가에 필요한 설계자료, 검사자료, 재료시험자료 및 3차원 유한요소해석 자료를 데이터베이스로 구성하여 평가에 요구되는 많은 자료의 효율적인 활용 및 관리가 가능하도록 하였다. 건전성 평가를 위해 FFSG 평가내용 및 ASME Sec. XI의 평가절차를 토대로 해석모듈을 개발하였으며, 개발된 데이터베이스와 평가시스템을 연결하여 평가시스템의 효율성을 높이고자 하였다. 평가시스템을 이용하면 평가에 요구되는 파라미터를 다양한 방법으로 계산할 수 있어 사용자의 판단에 따른 평가가 가능하다. 개발한 평가 시스템의 결과를 캐나다 AECL에서 수행한 평가 결과와 서로 비교함으로써 본 시스템의 효율성을 검증하였다.

Abstract

The pressure tube is a major component of the CANDU reactor, which supports nuclear fuel bundle and its containment vessel. If a flaw or contact with their calandria tubes is found during the periodic inspection, the integrity evaluation must be carried out, and the safety requirements must be satisfied for continued service. In order to perform the integrity evaluation, complicated and iterative calculation procedures are required. Besides, a lot of data and knowledge for the evaluation are required for the integrity evaluation process. For this reason, an integrity evaluation system was developed. The developed system was built on the basis of ASME Sec. XI and FFSG(Fitness For Service Guidelines for zirconium alloy pressure tubes in operating CANDU reactors) issued by the AECL. The evaluation procedure includes the crack growth calculation both by DHC and by fatigue. It also provides the prediction of fracture initiation, plastic collapse and leak-before-break(LBB), blister formation and blister growth. This system provides various databases including the 3-D finite element analysis results on pressure tubes, inspection data and design specifications. In order to verify the developed system, several case studies have been performed and the results were compared with those from AECL. A good agreement was observed between those two results.

1. 서론

캐나다에서 개발한 CANDU형 원자로는 중수를 냉각재로 사용하며, 천연우라늄을 핵연료로 사용한다. 핵연료 압력관은 연료로 사용되는 핵연료 다발을 지지하기 위해 원자로 내에 수평으로 설치되며, 월성 원자로에는 380개의 핵연료 압력관이 있다. 국내 원자로의 핵연료 압력관 재질은 냉간 가공된 Zr-2.5%Nb 합금으로 수소화물(hydride) 석출 및 중성자 조사의 영향을 평가시 고려한다. 초창기에 건설된 CANDU 원자로에서는 압력관 건전성 저하로 인한 잦은 사고로 큰 손실을 입은 바 있으며, 97년과 98년 사이에는 가동기간이 25년 지난 캐나다의 CANDU 원자로 7기가 폐쇄되었다¹⁾. 국내 원자로에서도 가동기간 증가로 인하여 결함 발생 위험이 증가하고 있으며, 원자로 정기검사시 기준초과 결함이 검출되어 일부 압력관을 교체한 바 있다. 이러한 핵연료 압력관은 원자로의 1차기기로 검사결과 결함이 검출되었거나 외부관과 접촉이 발견되면 국내외의 법규에 의해 건전성을 확보하여야 지속적으로 사용할 수 있다²⁻⁴⁾.

캐나다의 AECL⁵⁾ 및 COG(CANDU Owner's Group)를 중심으로 핵연료 압력관의 건전성 확보에 관한 연구를 지속적으로 수행중이며, AECL에서는 압력관 건전성평가를 위한 평가절차서(Fitness For Service Guidelines for Zirconium alloy pressure tubes in operating CANDU reactors: FFSG)를 발간하였다⁶⁻⁶⁾. 이 절차서에는 압력관의 건전성 평가절차 및 결함의 허용기준이 제시되어있다. 그러나 절차서에서 요구하는 평가를 위해서는 원자로 설계자료, 압력관 검사자료 및 재료시험 자료 등의 많은 자료가 필요하며, 평가변수 계산을 위한 복잡한 반복계산은 물론 다양한 수식적용에 따른 전문지식이 요구되어 신속하고 정확한 평가가 어려운 실정이다. 또한 평가에 사용되는 파라미터는 다양한 방법으로 계산될 수 있어 객관적인 평가를 위해서는 보다 많은 시간과 노력이 요구된다.

본 연구에서는 결함이 검출된 압력관의 건전성평가를 신속하고 정확하게 할 수 있는 건전성평가 시스템을 개발하였다. 이를 위해 평가에 필요한 자료에 대하여 데이터베이스 및 데이터베이스 관리시스템을 구성하였다. FFSG 평가내용 및 ASME Sec. XI의 평가절차를 토대로 건전성절차를 수립하여 이를 평가시스템으로 구성하였으며, 개발된 데이터베이스와 평가시스템을 연결하여 평가시스템의 효용성을 높이고자 하였다. 또한 평가에 요구되는 파라미터 계산을 위해 다양한 방법으로 계산이 가능하도록 구성하여 사용자의 판단에 따른 평가가 가능하도록 하였다. 개발된 시스템의 검증을 위하여 3차원 유한요소해석을 수행하였으며, 동일한 입력 조건을 사용하여 AECL에서 평가를 수행한 결과⁷⁻⁸⁾와 평가시스템을 사용한 결과를 서로 비교하였다.

2. 건전성평가

압력관의 결함은 예리한 결함(sharp flaw), 둔한 노치(blunt notch) 및 블리스터(blister)로 분류된다. 예리한 결함의 평가에는 결함성장량 계산, 불안정파괴평가, 소성붕괴평가 및 파단전누설평가가 있으며, 둔한 노치의 평가에는 피로균열 및 지체수소균열(Delayed Hydride Cracking; DHC) 개시평가, 소성붕괴평가, 파단전누설평가가 있다. 압력관 외부를 둘러싸고 있는 칼란드리아관과의 접촉으로 발생하는 블리스터의 평가에는 블리스터 발생평가 및 블리스터 성장평가가 있다. 평가절차 및 평가 기준은 ASME Sec. XI⁹⁾을 기준으로 하였으며, CANDU 압력관 평가의 특징인 지체수소

균열거동, 재료물성치 및 블리스터 평가 내용 및 기준은 AECL의 평가절차서인 FFSG의 자료⁽⁶⁻⁶⁾를 사용하였다.

2.1 균열계시 및 균열성장량 계산

반복적으로 발생하는 과도상태에 의해 압력관에는 피로응력이 발생한다. 이를 고려하기 위해 든한 노치에 대해서는 균열발생 여부를, 예리한 결함에 대해서는 균열성장량을 계산하여 평가를 수행한다. 균열발생 평가는 압력관 재료의 S-N 곡선과 노치 선단의 최대응력진폭을 이용하거나 Miner's Rule⁽¹⁰⁾을 이용한다. 지체수소균열 발생평가에는 균열선단의 최대응력과 지체수소균열 발생한계 응력값을 이용한다. 피로균열 성장량 계산은 식 (1)과 같이 주어지는 Paris 식⁽¹¹⁾을 사용하며, 재료내의 수소화물 석출에 따른 DHC 성장량은 해당 원자로 냉각곡선과 온도의 함수로 주어진 식 (2)를 이용하여 속도를 구한 후 이를 식 (3)과 같이 수치적분하여 계산한다⁽⁶⁾.

$$\frac{da}{dN} = 3.438 \times 10^{-10} (\Delta K)^{3.439} \quad (1)$$

$$V = \begin{cases} 13.9 \times 10^{-2} \exp(-56,120/RT) & \text{(원주방향)} \\ 5.2 \times 10^{-2} \exp(-41,445/RT) & \text{(축방향)} \end{cases} \quad (2)$$

$$\Delta a = \left[\sum_{j=1}^n V \times t_j \right] N \quad (3)$$

여기서, da 는 균열성장량 dN 은 반복횟수, ΔK 는 응력확대계수 변화량, R 은 기체상수, T 는 절대 온도, t_j 는 수치적분 구간의 시간간격이다.

2.2 불안정파괴 및 소성붕괴 평가

불안정파괴평가는 중성자 조사된 재료의 파괴인성치(fracture toughness; K_{IC})와 응력확대계수(stress intensity factor; K_I)를 이용하며, 응력확대계수는 Raju-Newman 식⁽¹²⁾, ASME Sec. XI, 유한요소 해석결과 및 Handbook⁽¹³⁾의 자료를 사용하여 구한다. 파괴인성치는 AECL에서 중성자 조사된 재료의 시험을 통하여 얻어진 식 (4)를 이용하여 계산한다⁽⁶⁾. 축방향 결함에 대해서는 소성붕괴응력(plastic collapse stress)과 원주방향응력(hoop stress)을, 원주방향 결함에 대해서는 소성붕괴응력과 막응력(membrane stress)을 이용하여 안전여유를 계산한다. 여기서 계산된 안전여유가 운전조건 Level A & B에 대해 3.0, 운전조건 Level C & D에 대해서는 1.5 이상이면 허용조건을 만족한다.

$$K_{IC} = 26.3 + 0.022 T \text{ [MPa}\sqrt{\text{m}}] \quad (4)$$

여기서, T 는 절대온도이며 이 값은 20 ~ 300 °C의 온도범위, $0.18 \times 10^{25} \sim 9.8 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ 범위의 중성자 조사량, 35 ppm의 상당수소농도에 대하여 얻어진 값이다⁽⁶⁾.

2.3 파단전누설평가

압력관 재료의 초기수소농도와 평가기간중 흡수한 중수소 농도로부터 얻어지는 상당수소농도 (hydrogen equivalent concentration: H_{eq})가 재료의 최종고용도를 초과하는 경우 압력관 평가절차서에서는 위의 평가절차에 추가적으로 파단전누설평가를 수행하도록 제시하고 있다. 재료의 상당수소농도는 초기수소농도(initial hydrogen concentration: H_i)와 원자로 가동기간중 흡수한 중수소량(deuterium increase: D)을 이용하여 식 (5)와 같이 계산한다. 최종고용도는 재료 가열시의 수소가 용해되는 농도(Terminal Solid Solubility for hydride Dissolving: $TSSD$)와 냉각시의 농도(Terminal Solid Solubility for hydride Precipitation: $TSSP$)로 구분하며, 식 (6)과 같이 계산한다.

$$H_{eq} = H_i + \frac{D}{2} \quad (5)$$

$$TSS = \begin{cases} 8.19 \times 10^4 \exp(-34,500/RT) & (TSSD) \\ 4.11 \times 10^4 \exp(-28,000/RT) & (TSSP) \end{cases} \quad (6)$$

원자로 가동중 핵연료 압력관에서 발생한 균열이 관통균열로 성장하여 누설이 발생한 경우 관통균열이 임계균열길이까지 성장하기 전 누설의 감지 및 위치를 확인하여 원자로를 안전 정지시켜야한다. 이를 위해서는 파단전누설개념에 근거한 평가가 필요하다. 운전절차에 따라 주어지는 온도-압력에 따른 최대균열길이는 항상 임계균열길이보다 작아야 조건을 만족한다⁴⁾.

2.4 블리스터 평가⁶⁾

압력관과 외부의 칼란드리아관 사이에 접촉이 발생하면 블리스터가 발생할 수 있으며, 접촉부의 수소농도와 주위의 온도를 이용하여 블리스터의 발생 평가가 필요하다. 접촉부의 상당수소농도가 블리스터발생 수소농도(Blister Formation Threshold: BFT)를 초과하면 블리스터 발생이 예상된다. BFT 는 해당원자로의 PHTS(Primary Heat Transport System) 온도와 감속재의 포화온도를 사용하여 결정하며, 예로서 국내 원자로와 출력이 동일한 원자로의 BFT 값은 Table 1과 같다. 블리스터가 발생하면 블리스터 성장이 고려된 평가말기의 블리스터 깊이(d)가 허용블리스터 깊이 (d_0)를 초과하지 않아야 조건을 만족한다. 블리스터 성장량(Δd)은 감속재 포화온도와 상당수소농도에 해당하는 값을 테이블에서 결정하며, 블리스터 성장량 계산식과 허용 블리스터 깊이는 다음과 같다⁶⁾.

$$\Delta d_j = \Delta t_j \times R_j \quad (7)$$

$$d = d_0 + \sum \Delta d_j \quad (8)$$

$$d_0 = \begin{cases} 0.10 \text{ mm} & (H_{eq} \text{ 자료가 없는 경우}) \\ 0.15 \text{ mm} & (H_{eq} \text{ 자료가 있는 경우}) \end{cases} \quad (9)$$

여기서, Δd_i 는 해당 운전조건의 블리스터 성장량, Δt_i 는 해당 운전조건의 시간간격, R_i 는 해당 운전조건에 대한 블리스터 성장량이다.

2.5 결함 안전성평가

예리한 결함의 평가는 결함성장량을 고려하여 평가기간중 불안정파괴평가, 소성붕괴평가 및 파단전누설평가를 수행하여 조건을 만족하면 안전성이 확보된다. 사용가능 수명은 평가기간 및 결함 형상을 증가시키면서 조건을 적용하여 허용조건을 모두 만족하는 기간으로 결정한다. 둔한 노치의 평가는 피로균열 및 DHC 발생평가, 소성붕괴 및 파단전누설평가를 수행하여 조건을 만족하면 평가기간중 안전성이 확보된다. 둔한 노치에 대하여 평가기간중 조건이 만족되지 않으면 노치를 예리한 결함으로 간주하여 평가한 후 사용가능 수명을 계산한다.

Table 1 Blister Formation Threshold [ppm]⁽⁶⁾

	PHTS Temperature [°C]		
saturation temperature [°C]	250.0	275.0	308.0
108.4	17.97	21.32	26.44
121.3	19.85	23.58	29.08

3. 건전성평가 시스템

평가시스템은 Fig. 1과 같이 입력모듈, 데이터베이스 및 관리모듈, 계산모듈, 결과 출력모듈로 구성되어 있다. 평가 프로그램의 사용환경은 Windows 95/98 및 Windows NT 운영체제이며, Visual C++언어⁽⁵⁾를 사용하여 개발하였다. 사용자의 편의를 위한 Graphic User Interface(GUI), 도움말 및 파일 입출력을 지원하며, 자료입력, 평가시스템의 초기화면은 Fig. 2와 같다. 계산 및 결과출력의 모든 단위는 S.I. 단위를 기준으로 작성하였다.

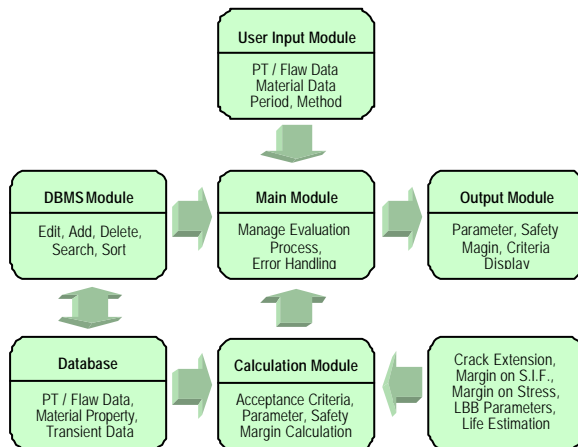


Fig. 1 Structure for the evaluation system

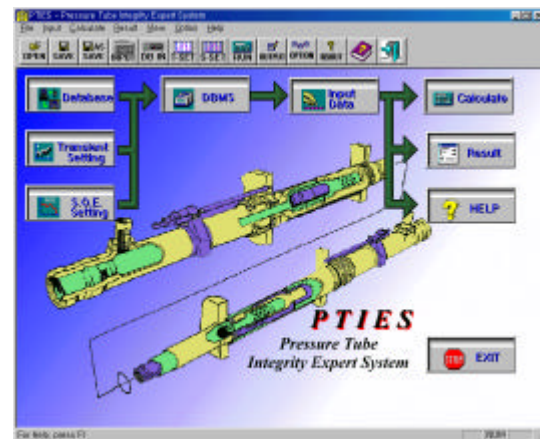


Fig. 2 Main window for evaluation system

평가파라미터 계산시 압력관의 형상자료 및 재료물성치는 평가말기의 값을 기본적으로 사용하도록 하였으며, 사용자가 원하는 경우 평가 초기의 값과 평가기간중의 변화를 고려하여 계산할 수 있도록 구성하였다. 다음은 평가시스템 구성에 사용한 각 모듈의 특징이며, 예리한 결함, 둔한 노치 및 블리스터의 평가절차를 Fig. 3~5에 수록하였다.

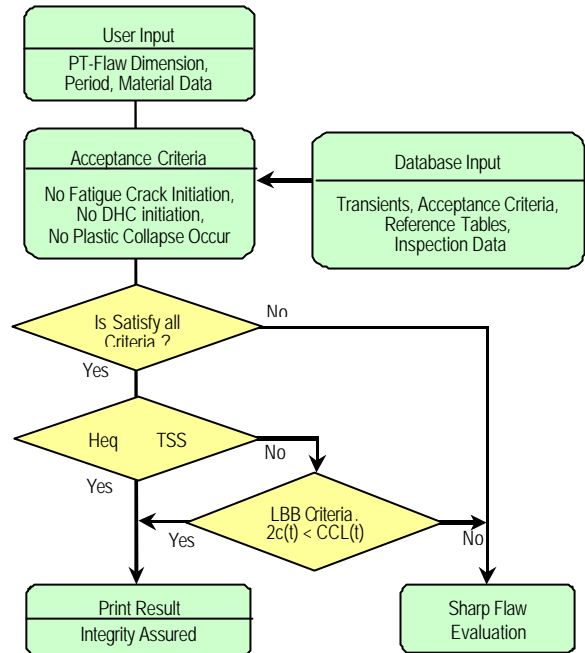
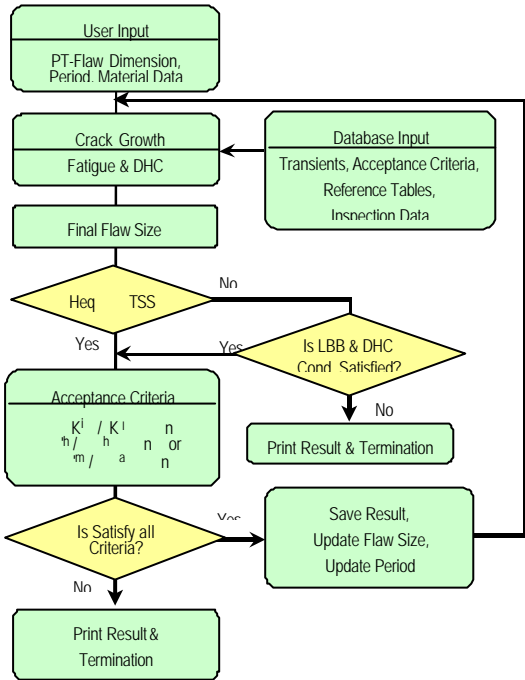


Fig. 3 Flow chart for sharp flow evaluation Fig. 4 Flow chart for blunt notch evaluation

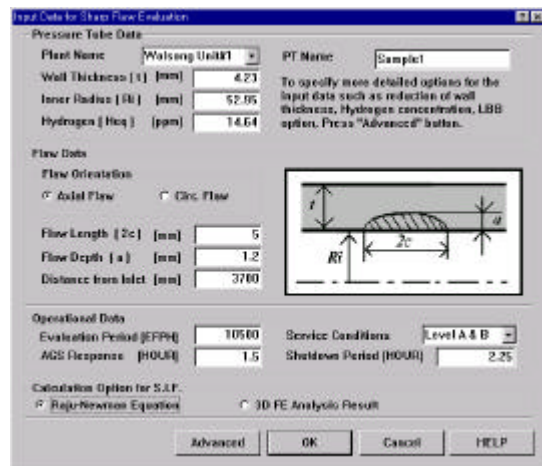
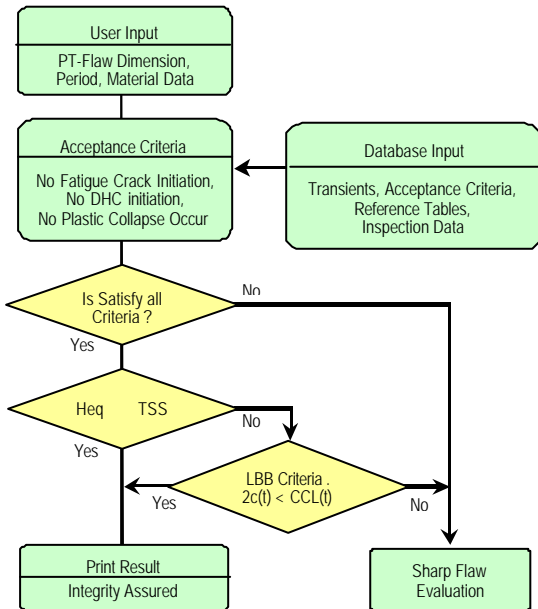


Fig. 5 Flow chart for blister evaluation

Fig. 6 Data input window for sharp flow

3.1 입력모듈

건전성평가에 필요한 압력관의 형상자료, 결함자료, 재료물성치, 과도상태 자료, 원자로 냉각절차 및 운전조건을 입력하는 모듈이다. 자료입력 방법은 사용자가 입력화면의 각 항목에 직접 입력하는 사용자 입력, 데이터베이스를 참조하여 원하는 자료나 유사한 자료를 찾아 입력자료로 활용하는 데이터베이스 입력, 평가시스템에서 저장한 파일을 사용하는 파일을 통한 입력하는 방법이 있으며, 입력항목은 모두 동일하다. 자료 입력시 사용자 입력모듈에서는 각 항목에 대한 도움말을 얻을 수 있으며, 파일을 이용한 입력모듈은 일반적인 윈도우 프로그램과 동일하도록 구성하여 사용자들이 쉽게 사용할 수 있다.

입력 모듈의 특징으로는 입력자료의 각 항목에 대하여 입력값의 최대 및 최소 범위를 설정하여 입력값이 설정된 범위를 벗어나거나, 주요 자료가 누락된 경우 경고 메시지를 출력하도록 하여 입력자료 오류를 방지하도록 하였다. 이 외에 입력된 내용을 파일로 저장하여 보관 및 향후에 재사용이 가능하도록 하였다. 예리한 결함에 대한 사용자 자료입력 화면을 Fig. 6에 나타내었으며, 입력의 세부항목은 다음과 같다.

- 압력관 자료 : 원자로 이름, 압력관 이름, 관두께, 내부 반지름, 관두께 및 반지름 변화량, 외부와의 접촉여부, 접촉부 위치, 최대 처짐 위치, 가터스프링 위치
- 결함 자료 : 결함의 종류 및 방향, 결함 길이, 결함 깊이, 결함 폭, 결함 위치, 노치 반경
- 재료물성치 : 초기수소농도, 받아들인 중수소량, 항복응력, 극한응력
- 과도상태 자료 : 과도상태별 최대/최소응력, 발생빈도, 원자로 입출구 온도-압력, 압력관 입출구 온도-압력, PHTS 온도, 감속재 포화온도
- 운전조건 자료 : 평가기간, 누설시 원자로 냉각시간, 누설감지 반응시간

3.2 데이터베이스 및 데이터베이스 관리모듈

건전성평가에는 압력관 형상, 재료물성치, 결함 형상, 수소농도 및 원자로 운전절차 등의 많은 자료가 필요하다. 이러한 자료들은 원자로의 가동기간 및 건설되는 원자로 수가 증가할수록 누적되는 자료로 체계적이고 효율적인 관리가 요구되어 이를 데이터베이스로 구성하였다. 데이터베이스는 여러 사용자들이 쉽게 공유하기 위해 상용 프로그램인 Microsoft Access⁰⁶⁾를 사용하여 구성하였다. 건전성평가 이외에 효율적인 자료관리를 위해 데이터베이스관리 시스템을 구축하여 상용 프로그램 없이 독자적으로 자료의 추가/삭제/수정 등의 작업이 가능하도록 구성하였으며, 여기서 수정된 자료는 평가시스템 또는 기타 상용프로그램에서 사용이 가능하다. 구성된 데이터베이스 항목은 압력관의 형상자료, 검사시 검출된 결함 및 노치의 형상자료, 원자로 운전절차, 시험을 통하여 측정된 재료내의 수소농도자료, 재료물성치, 압력관의 처짐, 가터스프링의 위치, 압력관의 연신량, 압력관 및 원자로 입출구의 온도-압력 등으로 건전성 평가에 필요한 자료를 포함하고 있다. 개발된 데이터베이스는 통계적 처리가 용이하여 가동기간 증가에 따른 재료내의 수소농도 변화, 압력관의 형상 변화 및 결함의 성장량 변화 등의 평가시 필요한 주요 입력자료의 경향 분석에 도움이 되며, 차기 검사시 검사대상 압력관의 선정 및 확률론적 파괴역학의 입력자료로 활용할 수 있어 그 활용 범위가 넓다.

3.3 계산모듈

계산 모듈에서는 건전성평가에 필요한 파라미터의 계산을 수행한다. 이중 결함평가의 주요변수인 응력확대계수 계산에는 평가절차서에서 제시하는 수식을 이용한 계산은 물론 실제 압력관 형상에 대한 3차원 유한요소해석 결과를 이용할 수 있어 사용자에게 보다 다양한 결과를 제시한다. 유한요소해석 결과는 Raju-Newman 식의 적용이 어려운 원주방향의 결함에 대해서도 적용이 가능한 장점이 있다. 유한요소 해석은 내압이 작용하는 압력관에 존재하는 반타원 표면결함에 대하여 균열 형상을 변화시키면서 해석하였다. 이러한 평가 파라미터는 평가기간 증가에 따라 계산되어 결과출력 모듈을 통하여 사용자에게 제공된다.

3.4 결과출력 모듈

결과출력 모듈은 입력자료를 이용하여 계산된 결과를 출력하는 모듈로 평가기준, 평가파라미터, 건전성 확보여부 및 계산된 안전여유 등 계산 모듈에서 계산된 내용을 그래프와 수치로 출력하도록 구성하였다. 출력되는 세부항목으로 예리한 결함에 대해서는 건전성 확보여부, 향후 사용가능 수명, 균열증가량, 파괴인성치, 응력확대계수, 소성붕괴응력, 원주방향 응력 또는 작용응력, 불안정 파괴 안전여유, 소성붕괴 안전여유, 균열성장 속도, 임계균열길이, 관통균열길이가 있으며, 이들 자료는 초기의 결함 형상에 대한 값과 평가기간중 결함증가에 따른 각 단계별 평가파라미터 값이 있다. 둔한 노치에 대해서는 건전성확보여부, 피로 및 지체수소균열 발생 여부, 소성붕괴응력, 노치 선단 최대응력, 작용응력, 노치를 균열로 간주한 경우의 응력확대계수 및 파단전누설평가 변수를 수치로 제공한다. 외부 관과의 접촉부에 대해서는 접촉부의 블리스터 발생시점, 예상되는 성장량, 허용블리스터 깊이가 계산된다. 예리한 결함, 둔한 노치의 평가결과 출력화면 구성은 Fig. 7~8과 같다.



Fig. 7 Output window for sharp flaw

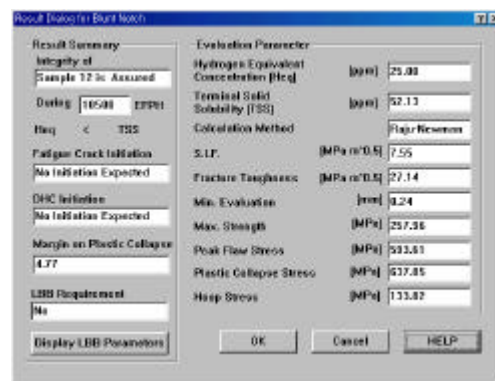


Fig. 8 Output window for blunt notch

4 사례연구

개발된 평가시스템의 효용성을 검증하기 위하여 국내원자로의 정기검사 시 검출된 2개의 기준 초과 결함과 외부와 접촉된 압력관 1개에 대하여 평가시스템을 이용한 결과와 AECL의 평가 결과(7~8)를 비교하였다. 평가에 사용된 결함 형상은 축방향의 둔한 노치 및 예리한 결함으로 Fig. 9~

10과 같으며, 원자로 냉각절차 및 과도상태 자료는 국내 CANDU원자로의 설계시 고려된 값을 사용하였다⁰⁷⁾. 결함의 형상, 압력관의 형상 및 재료물성치는 서로 동일한 값을 사용하여 해석된 결과를 비교하였다. 외부 관과의 접촉이 발견된 압력관에 대해서는 블리스터 발생평가와 성장평가를 수행하였다. 그러나, 평가의 기초 입력자료로 사용되는 수소농도는 측정 결과 자료가 검사수행 기관별로 차이가 심하여 둔한 노치와 예리한 결함에 대해서는 평가절차서에서 제시하는 기준과는 별도로 파단전누설평가를 수행하였으며, 모두 조건을 만족하였다. 다음은 이들 결함 및 접촉이 발견된 압력관의 건전성평가 사례연구의 세부내용이다.

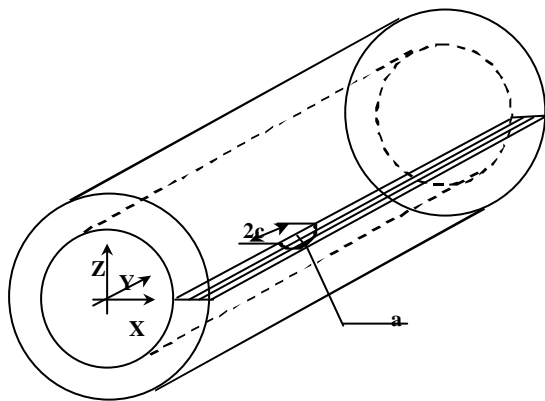


Fig. 9 Geometry for sharp flaw

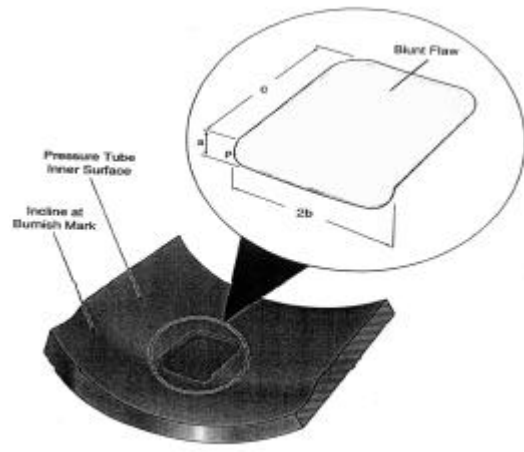


Fig. 10 Geometry for blunt notch

4.1 예리한 결함

평가절차에 따라 피로 및 지체수소균열 성장량 계산, 불안정파괴평가, 소성붕괴 및 파단전누설 평가를 수행하였으며, 평가의 주요 입력 자료는 다음과 같다.

- 압력관 두께	: 4.23 mm	- 압력관 내부 반지름	: 52.95 mm
- 결함 깊이	: 1.20 mm	- 결함 길이	: 5.00 mm
- 초기수소농도	: 9.00 ppm	- 중수소 흡수량	: 11.30 ppm

평가에는 원자로 정상운전상태의 작용압력인 10.4 MPa의 내압을 사용하였으며, 피로균열성장량 계산에는 운전조건 Level A & B의 과도상태에 따른 하중조건을 사용하였다⁰⁷⁾. 평가기간은 10,500 EFPH(1.5 year, 1 year = 7,000 EFPH)이며, 응력확대계수의 계산에는 Raju-Newman 식을 이용하였다. AECL의 결과와는 별도로 평가에 사용되는 주요 파라미터인 응력확대계수 계산을 위해 3차원 유한요소 해석을 수행하였다. 해석 모델은 대칭 조건을 이용하여 전체 압력관의 1/4만 모델링하였으며, 해석에는 ABAQUS Ver. 5.7⁰⁸⁾을 사용하였다. Raju-Newman 수식을 이용하여 얻어진 응력확대계수와 유한요소해석을 통하여 얻어진 응력확대계수를 비교한 결과 약 1%의 차이를 나타내었으며, 해석 모델은 Fig. 10과 같다. 건전성평가의 주요 파라미터에 대한 비교 결과를 AECL의 결과와 함께 Table 2에 수록하였으며, 서로 잘 일치하였다. 예리한 결함에 대하여 평가

시스템을 이용하여 평가한 결과 불안정파괴 안전여유가 가장 작아 전체 평가수명을 지배하는 것으로 나타났다. 주어진 문제에 대해 평가기간중 발생할 수 있는 원자로의 shutdown은 13회(30년간 250회의 shutdown이 발생한다고 가정)이나, 3회의 shutdown이후 불안정파괴에 대한 안전여유를 만족시키지 못하여, 향후 3회의 shutdown이 발생하기 전 압력관 교체가 요구된다.

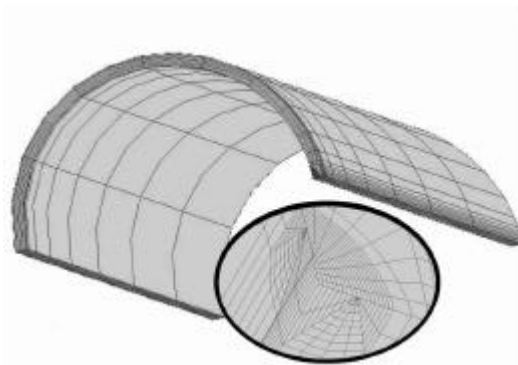


Fig. 10 Model for the finite element analysis

4.2 둔한 노치

평가절차에 따라 피로 및 지체수소균열 발생 평가, 소성붕괴 및 파단전누설평가를 수행하였으며, 평가의 주요 입력 자료는 다음과 같다.

- | | | | |
|-----------|-------------|--------------|-------------|
| - 압력관 두께 | : 4.22 mm | - 압력관 내부 반지름 | : 53.08 mm |
| - 노치 깊이 | : 1.27 mm | - 노치 길이 | : 4.30 mm |
| - 노치 반경 | : 0.36 mm | - 초기수소농도 | : 11.00 ppm |
| - 중수소 흡수량 | : 26.40 ppm | | |

해석에는 운전조건 Level A & B의 과도상태에 따른 하중조건을, 평가기간은 10,500 EFPH를 사용하였다. 노치를 예리한 결함으로 간주하여 응력확대계수를 계산한 값은 Raju-Newman 식을 이용한 결과이다. 주요 평가파라미터에 대한 비교 결과는 Table 3과 같다. 평가결과 AECL의 결과와 잘 일치하였으며, 절차서에서 제시하는 조건을 모두 만족하여 지속적인 사용이 가능하였다.

4.3 블리스터

평가시스템을 이용하여 블리스터 발생평가를 수행하였다. 그러나 국내원자로 평가에 필요한 일부 입력항목이나 테이블 자료가 부족하여 평가절차서에서 참고로 제시된 값을 사용하였으며, 입력 내용은 다음과 같다.

- | | | | |
|----------|------------|--------------|------------|
| - 압력관 두께 | : 4.42 mm | - 압력관 내부 반지름 | : 52.85 mm |
| - 접촉부 위치 | : 3,630 mm | - 접촉부 축방향 각도 | : 190 ° |

- 초기수소농도 : 19,60 ppm
- 중수소 흡수량 : 12,30 ppm
- 평가 기간 : 10,500 EFPH
- PHTS 온도 : 293 ℃(가정)
- 감속재 포화온도 : 121.3 ℃(가정)

수소농도는 접촉부보다 중수소 흡수량이 많은 5,000 mm 지점의 수소농도를 평가에 사용하였으며, 블리스터 발생수소농도 평가에 필요한 PHTS 온도와 감속재 포화온도는 Darlington 원자로의 값을 참고로 하였다⁶⁾. 위의 자료입력에 대하여 평가한 결과 평가초기의 상당수소농도는 25.75 ppm, 평가 말기의 상당수소농도는 26.67 ppm으로 블리스터발생 수소농도인 27 ppm을 초과하지 않아 평가기간중 블리스터는 발생하지 않는다. 본 사례연구에 사용된 값은 가장 큰 수소농도를 기준으로 하였으며, 사용자가 원하는 경우 데이터베이스를 검색하여 수소농도의 평균값을 사용하여 평가를 수행할 수 있다.

Table 2 Comparison of the evaluation parameter for sharp flaw

	AECL	evaluation system
crack extension	0,085	0,083
stress intensity factor	8,57	8,47
fracture toughness	27,1	27,1
plastic collapse stress	N.A.	652,7
margin on S.I.F.	3,16	3,20
margin on stress	4,43	4,38
allowable shutdown	3	3
continued operation ?	No	No

Table 3 Comparison of the evaluation parameter for blunt notch

	AECL	evaluation system
max. alternating stress	N.A.	272,4
stress concentration factor	3,3	3,1
peak notch-tip stress	602	593
plastic collapse stress	N.A.	631,9
margin on stress	4,13	4,22
continued operation ?	Yes	Yes

5. 결론

본 연구에서는 핵연료 압력관의 건전성을 신속하고 정확하게 평가할 수 있는 핵연료 압력관 건전성평가시스템을 개발하였으며, 다음과 같은 결론을 얻었다.

- 1) 결함평가를 위해 ASME Sec. XI 및 AECL에서 발간한 FFSG 절차를 기준으로 예리한 결함, 둔한 결함 및 블리스터에 대한 건전성평가를 수행할 수 있는 해석모듈을 개발하였다.
- 2) 핵연료 압력관의 건전성평가에 요구되는 압력관의 형상자료, 원자로의 과도상태 자료, 정기검사시 검출된 결함자료, 재료물성치 및 유한요소해석결과를 데이터베이스로 구성하였으며, 이들 자료를 효율적으로 관리하기 위한 데이터베이스 관리시스템을 개발하였다.
- 3) 평가시스템에 사용된 파라미터 검증을 위해 3차원 유한요소 해석을 수행하였으며, 해석결과와 평가시스템의 결과는 서로 잘 일치하였다.

- 4) 시스템의 효용성을 확인하기 위해 동일한 자료 입력에 대하여 해석을 수행하여 AECL의 결과와 평가시스템의 결과를 서로 비교하였으며 잘 일치하였다.

후 기

본 논문은 한국원자력안전기술원과 한국과학재단 산하 성균관대학교 산업설비 안전성평가 연구센터의 연구비 지원으로 이루어진 것으로서, 이에 관계자 여러분께 감사드립니다.

참고문헌

- (1) WEB SITE, 1997, "Nuclear Awareness Project News", <http://www.cnp.ca/media/oh-closure>
- (2) Canadian Standards Association, 1994, "Canadian Standards Association CAN/CSA-N285.4, Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Components"
- (3) Canadian Standards Association, 1989, "Canadian Standards Association CAN/CSA-N285.2-M89, Requirements for Class 1C, 2C and 3C Pressure-Retaining Components and Supports in CANDU Nuclear Power Plant Components"
- (4) 한국원자력안전기술원, 1992, "월성원자력2호기 예비안전성분석보고서 심사보고서", KINS/AR-152
- (5) AECL, 1992, "Fitness-for-Service Guidelines for Zirconium Alloy Pressure Tubes in Operating CANDU Reactors", Issued for trial use, COG-91-66
- (6) AECL, 1996, "Fitness-for-Service Guidelines for Zirconium Alloy Pressure Tubes in Operating CANDU Reactors", 1996 Issue, COG-91-66
- (7) D.A. Scarth, 1990, "Assessment of Flaw Indications in Wolsong NGS Unit 1 Fuel Channels H-06 and M-11", OHRD Report No. 90-189-P, Ontario Hydro
- (8) AECL, 1992, "The Case for Continued Operation of Wolsong without Removal of Pressure Tubes in Channels M11 and O08"
- (9) ASME, 1992 "ASME Boiler and Pressure Vessel Code", Section XI, Appendix A-1000
- (10) M. A. Miner, 1945, "Cumulative Damage in Fatigue", J. Appl. Mech., Vol. 12, Trans. ASME, Vol. 67
- (11) P.C. Paris and F. Erdogan, 1963, "A Critical Analysis of Crack Propagation Laws", Trans. ASME, J. Basic Eng. Ind., Vol. D85
- (12) J.C. Newman and I.S. Raju, 1980, "Stress Intensity Factors for Internal surface cracks in Cylindrical Pressure Vessels", Transaction of the ASME Vol. 102
- (13) Zahoor, A. 1989, "Ductile Fracture Handbook, Vol. I, II, III", EPRI Report NP-6301-D, Electric Power Research Institute
- (14) G.D. Moan, C.E. Coleman, E.G. Price, et. al., 1990, "LBB in the Pressure Tubes of CANDU Reactors", International Journal of PVP Vol. 43
- (15) Microsoft, 1998, "Microsoft Visual C++ 5.0 Enterprise Edition Ver. 5.0"
- (16) Microsoft, 1997, "Microsoft Access97"
- (17) AECL, 1992, "Service Loadings for Stress Analysis of the PHTS End of Fuel Strings"
- (18) ABAQUS, 1997, "ABAQUS User's manual", Hibbitt, Karlsson & Sorensen, Inc.,